

4. **Aksenov V.L., Ananyiev V.D., Shabalin E.P.** Repetitively pulsed research reactor IBR-2: 10 years of operation. — In: Proc. of the Topical Meeting on Physics, Safety and Applications of Pulse Reactors. Washington, Nov. 13—17, 1994, p. 111.
5. **Ананьев В.Д., Бабаев А.И., Виноградов А.В. и др.** Энергетический пуск модернизированного реактора ИБР-2 (ИБР-2М): Сообщение ОИЯИ Р13-2012-42. 26 с.
6. **Аксенов В.Л., Ананьев В.Д., Комышев Г.Г. и др.** О пределе нейтронных потоков в импульсных источниках на основе реакции деления. — Phys. Part. Nucl. Lett., 2017, v. 14, № 5, p. 788—797.
7. **Shabalin E.P., Rogov A.D.** The comparative capabilities of the modified versions of the IBR-2 neutron source. — In: Pulsed Nuclear Reactors: New Capabilities for Scientific Research. Proc. of the Intern. Workshop. 23—27 June 1991. Dubna, JINR, D3-92-76, 1992.
8. **Шабалин Е.П.** Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976. 248 с.
9. **Конев В.Н.** Нептуний-237. Свойства, структура сплавов и соединений: Препринт ВНИИНМ № 11(68), 1981.
10. **Алексеев В.Л., Зайцев В.А.** Нитридное топливо для ядерной энергетики. М.: Техносфера, 2013. 240 с.
11. **Бондаренко И.И., Ставиский Ю.Я.** Импульсный режим работы быстрого реактора. — Атомная энергия, 1959, т. 7, вып. 5, с. 417.
12. **Колесов В.Ф., Леппик П.А., Павлов С.П. и др.** Динамика ядерных реакторов. Под ред. Я.В. Шевелева. М.: Энергоатомиздат, 1990. 518 с.
13. **Шабалин Е.П.** О колебаниях мощности и пределе устойчивости импульсного реактора. — Атомная энергия, 1986, т. 61, вып. 6, с. 401.
14. **Попов А.К.** Передаточная функция и устойчивость импульсного реактора периодического действия. — Там же, 1987, т. 62, вып. 3, с. 195.
15. **Shabalin E.** Stochastic dynamics of a periodic pulsed reactor. — In: Proc. of the 1990 Intern. Fast Reactor Safety Meeting. Snowbird, Utah, 12—16 Aug. 1990, v. III, p. 279.
16. **Shabalin E.** Power instability and stochastic dynamics of periodic pulsed reactors. — Nucl. Technol., 1992, v. 99, № 3, p. 280—288.

Поступила в Редакцию 21.11.17

УДК 621.039.5

АВАРИЙНАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЖИДКОСОЛЕВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Игнатъев В.В., Субботин С.А., Фейнберг О.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

Международный форум Поколение-4 включает шесть инновационных ядерно-энергетических систем нового поколения, одной из них является высокотемпературный жидкосолевого ядерный реактор (ЖСР) [1]. Его концепция основана на использовании ядерного топлива в жидкой фазе, допускающей при работе реактора непрерывную коррекцию состава топливной композиции, что позволяет:

свести к минимуму начальный запас реактивности, компенсируемый в твердотопливных реакторах системами регулирования;

снизить количество продуктов деления и остаточное тепловыделение в топливном расплаве;

поддерживать низкое давление в топливе путем вывода из него газообразных продуктов деления.

Радиационная безопасность ЖСР определяется надежной герметизацией топлива и продуктов деления в реакторном контуре и эффективной системой очистки топливной композиции [2]. Существенную роль также играет способность топливной смеси удерживать многие опасные радионуклиды с помощью устойчивых

связей в широком диапазоне изменения физических параметров, характерных для нарушения нормальной эксплуатации и аварийных режимов.

Работа управляющего комитета Международного форума Поколение-4 по жидкосолевым реакторам проводится по следующим направлениям: физические и химические свойства топливной соли и теплоносителя промежуточного контура, совместимость конструкционных материалов с жидкосолевым топливом/теплоносителем, очистка топливной соли от продуктов деления, решение проблем безопасности. В научном сотрудничестве по этим реакторам вместе с нашей страной принимают участие Австралия, Евратом, Индонезия, Канада, КНР, США, Франция, Швейцария, Южная Корея и Япония. В 2017 г. некоторые проекты демонстрационных жидкосолевых реакторов, подготовленные в Канаде и КНР, получили предварительное одобрение национальных регулирующих органов, что является первым этапом прохождения лицензирования.

Использование расплавов солей фторидов металлов, являющихся одновременно теплоге-

нерирующей, теплоаккумулирующей и теплопередающей средой, определяет принципиальные особенности реактора с точки зрения безопасности: устраняется проблема термонапряжений и накопления дефектов в топливе при изменении мощности; тепло от топлива к теплоносителю или рабочему телу передается вне нейтронного поля, и поверхность раздела между топливом и теплоносителем не влияет на нейтронно-физические процессы активной зоны; жидкофазная композиция исключает проблемы, связанные с потерей теплоносителя; температурное расширение жидкого топлива обеспечивает отрицательный температурный коэффициент реактивности по топливу даже при положительном доплер-коэффициенте реактивности; химическое взаимодействие жидкосолевого топлива с промежуточным теплоносителем, а также с воздухом и водой не сопровождается выделением тепла и образованием водорода в результате экзотермических реакций; исключается радиационное повреждение топлива, поскольку радиационная стойкость расплавов фторидов в 10^5 раз больше, чем воды; актиноиды и большая часть продуктов деления, включая цезий и йод, образуют химически устойчивые соединения, растворимые в топливной соли, и при аварии с разгерметизацией реакторного контура остаются в топливе, имеющем низкое давление насыщенных паров (менее 10 Па при 800 °C); низкая молярная концентрация фторидов делящихся материалов (1—2%) в топливной композиции и ее большой недогрев до температуры насыщения (около 600 °C) обуславливают значительную емкость теплового резервуара реакторного контура и протекание переходных процессов без резких температурных изменений; хорошие теплофизические свойства жидкого топлива позволяют организовать эффективный теплоотвод с помощью естественной циркуляции при максимальной температуре в реакторном контуре ниже 800 °C даже в случаях, при которых энергонапряженность топливной соли за счет остаточного тепловыделения достигает 7—8 МВт/м³; основная процедура расхолаживания реактора при длительных остановках состоит в сливе топливной соли под действием сил гравитации в подкритические дренажные баки, остаточное тепловыделение от которых отводится постоянно контролируемы-

ми пассивными средствами; жидкое топливо позволяет в принципе исключить необходимость в запасе реактивности, требуемом для пуска реактора, который может быть осуществлен с помощью предварительного разогрева топливной соли в подкритических дренажных баках до рабочей температуры с последующим заполнением топливного контура с активной зоной.

Наиболее простым в технологическом плане примером реализации принципов повышения безопасности можно считать отечественную разработку ЖСР-С (сжигатель) тепловой мощностью 2,4 ГВт с активной зоной полостного типа и циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов [3—5]. С помощью такого реактора предполагается обеспечивать эффективное замыкание ядерного топливного цикла. Концепция рассматривается Международным форумом Поколение-4 в качестве базовой от нашей страны.

В топливном контуре ЖСР-С предполагается использовать расплав ${}^7\text{LiF—BeF}_2\text{—AF}_n$ с топливной добавкой трансурановых элементов отработавшего топлива ВВЭР. Диаметр цилиндрической гомогенной активной зоны, не содержащей графитовый замедлитель, 3,4 м, высота 3,6 м, энергонапряженность активной зоны 73 МВт/м³. В качестве основного конструкционного материала для элементов топливного и промежуточного контуров планируется использовать высоконикелевый сплав ХН80МТЮ, специально разработанный для реактора с такой топливной композицией.

Топливная соль подается в активную зону снизу, омывает нижний торцевой отражатель и через боковое окно поступает в нижний коллектор, из которого через перфорированную плиту подается непосредственно в активную зону. Суммарный расход теплоносителя 10^4 кг/с. В верхней части топливный носитель температурой около 720 °C через коническое отверстие выходит из активной зоны. Активная зона окружена боковым и верхним торцевым отражателями, размещенными в корпусе реактора. Здесь как основной вариант рассматривается отражатель толщиной 20 см из графита или сплава ХН80МТЮ.

Из выходной камеры активной зоны топливная соль поступает на вход четырех парал-

лельно включенных циркуляционных насосов. Из напорной камеры насосов топливная соль, двигаясь сверху вниз в трубках теплообменника промежуточного контура, охлаждается до 600 °С. Топливный контур размещен в реакторном боксе, снабженном системой электрообогрева. Секции теплообменника подключены по входу и выходу теплоносителя промежуточного контура к кольцевым коллекторам, расположенным вне реакторного бокса.

Методология анализа характеристик безопасности традиционных твердотопливных реакторов в настоящее время хорошо отработана и верифицирована, ее применение в полной мере к реакторам с жидким циркулирующим топливом еще должно быть доказано. Тем не менее при рассмотрении аварийных ситуаций исходили из предпосылки, что основные принципы ядерной безопасности жидкосолевых реакторов не должны отличаться от остальных типов. Небольшие флуктуации реактивности должны вызывать лишь пренебрежимо малые осцилляции мощности, большое быстрое возрастание реактивности системы должно быть маловероятным событием и легко контролироваться. Возможность регулирования состава топливной соли во время работы установки минимизирует избыточную реактивность и, следовательно, ограничивает возможности ее быстрого роста. Однако эффективная доля запаздывающих нейтронов в ЖСР-С снижается за счет использования топлива на основе трансурановых элементов (статическое $\beta_{\text{эф}} = 320 \cdot 10^{-5}$) и его циркуляции вне активной зоны, что ускоряет отклик системы на введение положительной реактивности. Тем не менее быстрый большой отрицательный температурный коэффициент реактивности системы ($-4 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$) создает предпосылки для надежного саморегулирования системы в переходных процессах [3].

При анализе безопасности особое внимание уделяют авариям, инициированным следующими исходными событиями: прекращение электропитания, выход из строя основной системы теплоотвода, неконтролируемый рост реактивности, разгерметизация топливного контура. Последняя ситуация может быть как результатом механического или коррозионного разрушения топливного контура, так и следствием чрезмерного повышения температуры жидкого

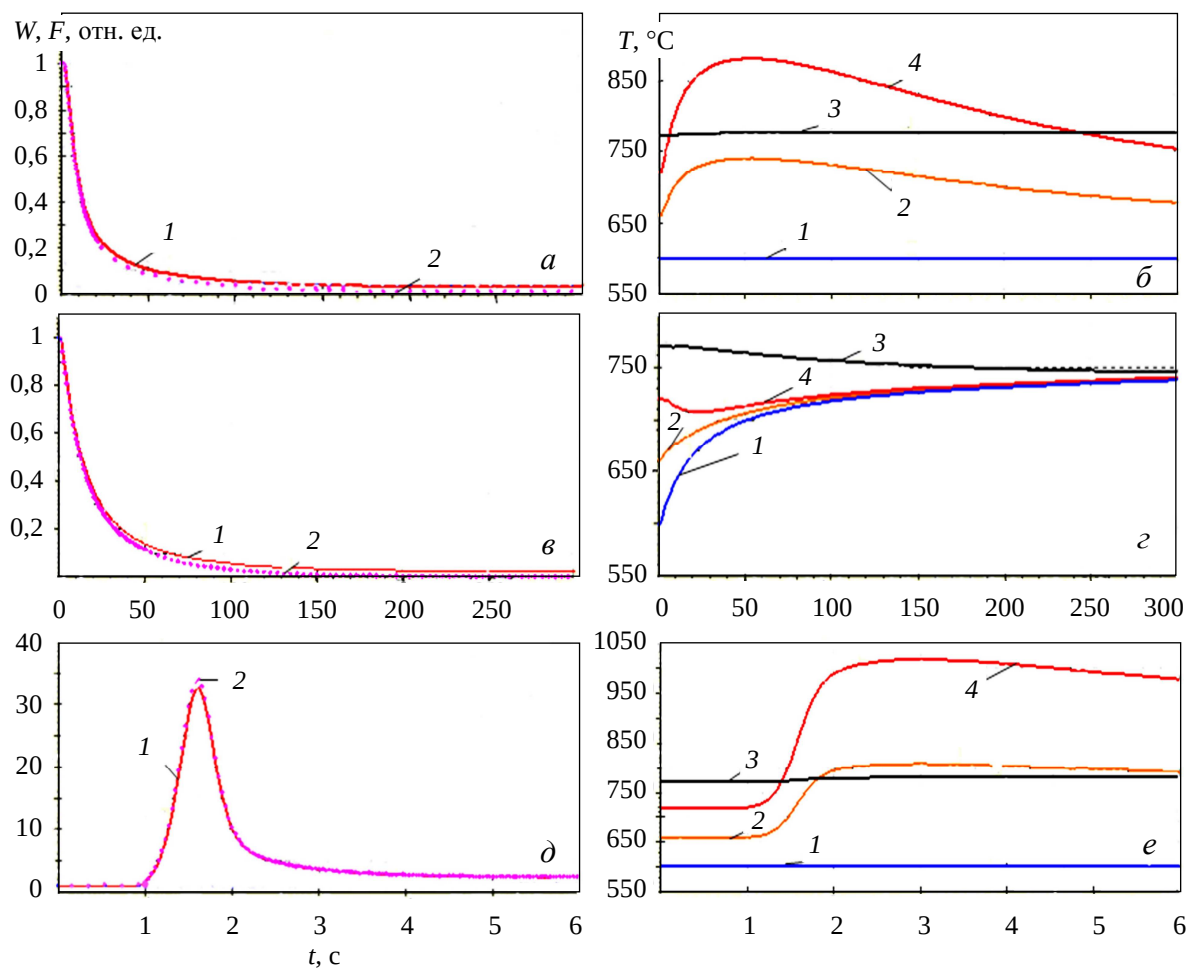
топлива и конструкционного материала от первых трех причин. В качестве предельных параметров конструкционных материалов приняты температура плавления сплава ХН80МТЮ 1371 °С и температура кипения наиболее летучего компонента жидкосолевого топлива BeF_2 1175 °С [2].

При проектировании ЖСР-С основное внимание уделяется внутренне присущим свойствам безопасности, связанным с большим отрицательным коэффициентом реактивности, все составляющие которого так же отрицательны: доплер-коэффициент реактивности $-1,6 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$, отражателя $-0,05 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ [3], а не активным средствам управления и аварийной защиты (СУЗ). Существенное значение для пассивной безопасности имеет выбор технологически обоснованной энергонапряженности активной зоны.

В настоящей статье рассмотрено изменение мощности и температуры конструкционных материалов реактора ЖСР-С в аварийных ситуациях без срабатывания аварийной защиты или какого-либо вмешательства оператора. Расчеты проведены по программе SIM-ADS [4, 5].

Потеря напора топливной соли, связанная с аварийной остановкой насосов. При переходном процессе этого типа скорость циркуляции топливной соли быстро падает до естественной конвекции 4% номинального расхода (рис. 1, а, б). Потеря циркуляции топливной соли вносит в реактор положительную реактивность за счет увеличения числа источников запаздывающих нейтронов в активной зоне ($\beta_{\text{пот}} = -82,9 \cdot 10^{-5}$). В результате средняя температура топливной соли в реакторном контуре и на выходе активной зоны увеличивается до 740 и 880 °С соответственно в течение 50 с. Так как температурный коэффициент реактивности существенно отрицателен, повышение температуры вносит отрицательную реактивность в активную зону, полностью подавляя положительный всплеск реактивности, связанный с отказом насосов. В результате в течение 50 с после остановки насосов мощность реактора снижается до уровня ниже 10% и через 350 с после начала развития аварийной ситуации температура возвращается к номинальному значению.

Потеря тепловых стоков. Для аварийной ситуации этого типа постулируется отсутствие



Р и с. 1. Развитие аварий в ЖСР-С при отказе срабатывания защиты: *а, б* — потеря принудительной циркуляции в топливном контуре — изменение мощности реактора (1) и потока нейтронов в активной зоне (2) со времени начала события (*а*); изменение температуры топливной соли на входе (1) и выходе (2), графитового отражателя (3), средней температуры топливной соли (4) (*б*); *в, г* — нарушение теплоотвода от топливного контура; *д, е* — несанкционированный ввод положительной реактивности (0,5%)

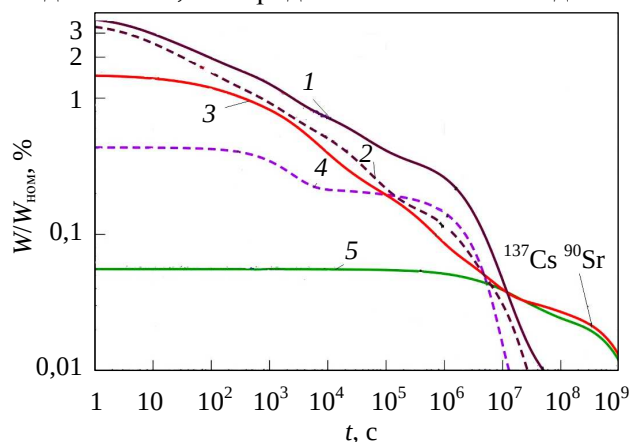
теплосъема в промежуточном контуре в момент времени $t = 0$ (рис. 1, *в, г*). Как и в первом случае, предполагается отказ системы СУЗ. Нарушение теплоотвода приведет к росту температуры топливной соли на входе в активную зону. В результате средняя температура топливной соли в реакторном контуре и на выходе активной зоны приблизится к 740°C в течение 150 с, что вызовет введение в активную зону отрицательной реактивности и снижение мощности реактора в течение 160 с (см. рис. 1, *в, г*). В течение 300 с после потери теплового стока температура на входе в активную зону увеличится с 600 до 740°C (см. рис. 1, *в*). Температура топливной соли будет стремиться к асимптотической 740°C (см. рис. 1, *г*). Температура графитового отражателя также будет уменьшаться. Далее теплоотвод от топливного контура может осуществляться с помощью естественной циркуля-

ции инертного газа в реакторном боксе или расплав сливается в дренажные баки, снабженные пассивными средствами теплоотвода.

Ввод положительной реактивности. Подробный анализ механизмов, которые в принципе могут вызвать всплеск реактивности, был выполнен в работе [5]. В таком реакторе реактивность не может случайным образом увеличиться более чем на 0,5%. К наиболее тяжелым последствиям может привести попадание делящихся материалов (до 2% общего количества загрузки топливного контура) из систем подпитки или переработки топлива (см. рис. 1, *д, е*). Это повлечет ввод положительной реактивности до 0,5% и вызовет в течение 2 с большой всплеск мощности с разогревом топливной соли в допустимых по температуре плавления корпуса пределах, который завершится в течение 2 мин. Соответствующий быстрый рост средней

температуры топливной соли в реакторном контуре и на выходе активной зоны приведет к введению отрицательной реактивности и уменьшению мощности в 3 раза через 8 с от начала события. Медленное повышение температуры графитового отражателя приводит к введению в активную зону дополнительной отрицательной реактивности. Температура топливной соли на выходе активной зоны повышается до максимальной 1020 °C и затем начинает снижаться. Эта температура на 300 °C выше номинальной, но всплеск температуры по продолжительности не будет превышать несколько секунд и не будет угрожать целостности конструкций топливного контура.

Остаточное тепловыделение. Расчет остаточного тепловыделения ЖСП-С выполнен по программе SERPENT 2 [6]. В момент остановки оно будет близко к 5% мощности реактора (рис. 2). Из них лишь 3,6% выделится в активной зоне и топливном контуре, что меньше аналогичного значения для твердотопливного реактора (6% для PWR), так как растворимые продукты деления выводятся из топливной соли с периодом 300 эф. сут. Структура тепловыделения в топливном контуре такова: в начальный период после остановки преобладают продукты деления (более 3%), через несколько часов — актиноиды, вклад которых составит ~0,5% номинальной мощности. Часть остаточного тепловыделения приходится на систему очистки топлива от продуктов деления — около 2%. На момент останова реактора большая часть тепловыделения 1,5% придется на блок выведения



Р и с. 2. Зависимость от времени остаточного энерговыделения в ЖСП-С, работавшем до останова в равновесном режиме: 1 — топливная соль; 2, 4 — вклад продуктов деления и актиноидов в топливную соль; 3, 5 — блок газовой продувки и переработки топлива соответственно

газообразных продуктов деления. Благодаря выбранному умеренному удельному энерговыделению в активной зоне расхолаживание реактора может быть осуществлено с помощью пассивных средств безопасности.

Разгерметизация топливного контура. По последствиям аварии этого типа можно разделить на две группы: разрушение поверхности теплообмена, разделяющей топливный и промежуточный контуры, и разрушение корпуса или трубопроводов реакторного контура. В первом случае в топливный контур из промежуточного, находящегося под немного большим давлением, начнет поступать теплоноситель. Если в промежуточном контуре использовать ту же композицию, что и в топливном контуре, т.е. LiF—BeF₂, то химических реакций и существенных изменений параметров образующейся смеси не произойдет. Таким образом, при нарушении поверхности теплообмена не возникнет причин для разрушения топливного контура.

Вторая группа аварий связана с утечкой топливной соли в реакторный бокс. Такая авария, если она произойдет, выведет реактор из строя. Представляется, что локализация фрагментов топлива по сравнению с легководными твердотопливными реакторами может быть организована проще по следующим причинам: содержание газообразных продуктов деления в несколько раз ниже, чем в твердотопливных реакторах, температура вылившейся топливной соли намного ниже температуры плавления оксидного топлива твердотопливных реакторов, предсказуемость взаимодействия расплава соли с системами удержания расплава в пределах защитной оболочки при такой температуре принципиально выше, чем для расплава диоксида нового топлива.

Таким образом отсутствие защитных барьеров в виде топливной матрицы и оболочки твэлов в случае тяжелых аварий в жидкосольевых реакторах компенсируется принципиально большей предсказуемостью работоспособности других защитных барьеров как за счет более низкой температуры и химической активности расплава солей по сравнению с расплавом оксидов, так и вследствие отсутствия водорода, что характерно в случае твердотопливных реакторов.

Приведем количественные оценки последствий рассматриваемой аварии для ЖСП-С. Для

расчета выхода продуктов деления в атмосферу защитной оболочки применена модель, основанная на теории массопереноса, описывающая распределение основных радионуклидов между топливной солью, поверхностями топливного контура и системой газоочистки. В качестве исходных использовали распределение продуктов деления, полученное на экспериментальном реакторе MSRE [7]. В качестве критерия, характеризующего выход изотопов из топливной соли, принято отношение активности радионуклидов в газовой фазе A_g к активности, накопленной в реакторе к моменту аварии A_0 .

Для расплавленного жидкосолевого топлива есть три основные группы продуктов деления: растворимые продукты деления, благородные газы и благородные металлы. Основными растворимыми продуктами деления являются редкоземельные элементы, включая Y, Zr, Ba и Sr, щелочные металлы Rb и Cs, галогены I и Br. Благородные газы имеют низкую растворимость в топливной соли и активно мигрируют в газовую фазу, находящуюся в контакте с топливной солью. Другая основная группа продуктов деления, состоящая в основном из Nb, Mo, Tc, Ru и Te, не образует фторидов, которые стабильны при окислительно-восстановительном потенциале топливной соли и поэтому называются благородными металлами. Они не растворяются в топливной соли, склонны мигрировать к различным поверхностям, их большая часть будет сконцентрирована в специальных ловушках.

После аварии считается, что все благородные газы и металлы должны перейти в газовую фазу ($A_g/A_t = 1$, где A_g/A_t — отношение активности изотопа в газовой фазе защитной оболочки после аварии к сосредоточенной в топливной соли к моменту аварии). Однако, как уже отмечалось, при нормальной работе реактора эти нуклиды почти полностью покидают топливную соль. Как видно из таблицы, только 0,1—3,4% из них остается в топливе. Поэтому выход благородных металлов не так велик. Только для ^{129}Te он составляет 25%. Но этот изотоп имеет малый период полураспада ($T_{1/2}$ 69 мин), поэтому его количество в соли невелико, он быстро распадается и вносит малый вклад в радиационный риск, например, по сравнению с ^{132}Te ($T_{1/2}$ 78 ч).

Щелочные и щелочно-земельные металлы, а также редкоземельные элементы образуют в топливной соли хорошо растворимые соедине-

Выход радионуклидов в газовую фазу защитной оболочки реактора типа ЖСР-С при аварии с разгерметизацией топливного контура

Изотоп	A_g/A_0	A_g/A_t	A_g/A_0
^{129}Te	0,25	1	0,25
^{132}Te	0,005	1	0,005
^{103}Ru	0,01	1	0,01
^{106}Ru	0,001	1	0,001
^{95}Nb	0,034	1	0,034
^{95}Zr	0,99	0,0011	0,0011
^{89}Sr	0,99	0,00046	0,00046
^{90}Sr	0,98	0,00046	0,00046
^{140}Ba	0,97	0,006	0,006
^{140}La	0,98	0,026	0,025
^{141}Ce	0,99	0,0024	0,023
^{144}Ce	0,96	0,0024	0,023
^{131}I	0,62	0,43	0,27
^{133}I	0,94	0,43	0,43
^{137}Cs	0,7	0,016	0,011

ния фторидов, которые имеют высокую температуру кипения (выше 1200 °C). Для этой группы при нормальной работе отношение A_g/A_0 составляет около 0,95. В результате для изотопов этой группы A_g/A_0 составляет 0,1—2,5%. Следует отметить, что такие изотопы, как ^{89}Sr и ^{137}Cs , имеют газовые предшественники ^{89}Kr и ^{137}Xe с малым периодом полураспада. Но из-за низкой концентрации благородных газов в топливной соли выход ^{89}Sr и ^{137}Cs в газовую фазу от газовых предшественников незначителен, относительный выход не отличается от других.

В топливной соли ЖСР-С CsI и CsF представляют собой наиболее стабильные химические формы цезия и иода. Термодинамические расчеты показывают различное поведение цезия и иода в зависимости от их химической формы. Влияние CsF на температуру ликвидуса и давление насыщающего пара в топливной соли пренебрежимо мало, и цезий остается растворенным во фторидной матрице. Напротив, растворимость CsI в расплаве ${}^7\text{LiF—BeF}_2\text{—AF}_n$ мала, и увеличение концентрации CsI приводит к увеличению давления паров топливной соли. Исходя из этих наблюдений, CsI в случае накопления выше определенной концентрации следует рассматривать как летучий компонент и, вероятно, он будет частично выходить в газовую фазу при нормальной эксплуатации и авариях.

Полученные результаты сравнивали с выбросами твердотопливного реактора типа ВВЭР при аварии с плавлением активной зоны и раз-

рывом корпуса. Было показано, что для жидкосолевого реактора выход радионуклидов был бы значительно ниже (в 10—100 раз), хотя для некоторых конкретных, таких, как ^{131}I и ^{133}I , различия меньше (см. таблицу).

Проектно-технические аспекты. Как уже было отмечено, основные принципы оценки характеристик безопасности жидкосолевых реакторов не должны отличаться от таковых для традиционных твердотопливных. Один из основополагающих принципов — создание множественных барьеров безопасности, отделяющих радиоактивные вещества от окружающей среды. Для жидкосолевого реактора могут и должны быть адаптированы и соответствующим образом трактованы принципы защиты в глубину и необходимой множественности барьеров безопасности.

Реализация принципа множественности барьеров безопасности может обеспечить высокие коэффициенты удержания радиоактивных веществ от выхода в среду обитания. Первым барьером, локализирующим жидкое топливо и продукты деления, является герметичная система трубопроводов, корпусов и другого оборудования. При этом сам расплав является своего рода барьером или, вернее, поглощающей средой для многих радионуклидов, в частности, ^{131}I , который надежно связывается в расплаве и удерживается в виде устойчивого химического соединения иодида цезия. Тем не менее для повышения надежности соединений элементов системы удержания жидкой фазы должны использоваться только сварные соединения. Их число стремятся свести к минимуму. Как уже было отмечено, малолетучие продукты деления удерживаются жидкой структурой самого топлива. Для сбора газообразных продуктов предусмотрена специальная система. Герметичность топливного контура контролируется специальными приборами, определяющими наличие газообразных продуктов деления в окружающей среде, или приборами обнаружения запаздывающих нейтронов в промежуточном контуре. Вторым барьером служат герметичные боксы из высокоплотного бетона, где размещается оборудование реакторного контура, а также системы слива и переработки топливной соли.

Для предотвращения утечки газообразных радиоактивных веществ стенки бокса проектируются двойными, внутренняя и наружная за-

щитные оболочки находятся под давлением ниже атмосферного. В помещениях, где отмечаются наибольшие уровни активности радионуклидов, поддерживается наименьшее давление. Боксы облицованы изнутри стальными листами и заполнены инертным газом, например, азотом. Оборудование контуров циркуляции установлено таким образом, чтобы в случае утечки топливная соль сливалась в специальные поддоны, оттуда в соответствующие дренажные баки. Как показал опыт эксплуатации жидкосолевых реакторных установок, разгерметизация контура обнаруживается задолго до момента, когда утечки становятся значительными. Боксы имеют тепловую и радиационную защиту, снабжены системами электрообогрева, фильтрации газа и контроля герметичности. Оборудование промежуточного контура с жидкосолевым теплоносителем размещено в отдельных боксах, аналогичных по конструкции боксам топливного контура. Стенки боксов здесь могут быть одинарными. В случае утечки все летучие продукты деления будут отводиться системой газоочистки и задерживаться в ней на специальных фильтрах. На случай отказа основной системы вентиляции предусмотрена дублирующая вытяжная труба со специальными аэрозольными фильтрами.

Последним барьером жидкосолевого реактора будет служить заполненная воздухом внешняя защитная оболочка, которая выполнена из армированного бетона и окружена стальным кожухом. Оболочка удовлетворяет требованиям защиты реакторов от внешних воздействий, которые обычно предъявляют к подобным системам в традиционных реакторных установках. Радиоактивные аэрозоли, которые могут просочиться под защитную оболочку, будут перекачиваться газодувками через специальные фильтры в реакторный бокс. При необходимости процесс такого вентиляционного перекачивания может продолжаться несколько суток до достижения приемлемой концентрации в атмосфере защитной оболочки.

Таким образом, в жидкосолевом реакторе может быть обеспечена система из следующих барьеров безопасности: соль в качестве среды химического удержания радионуклидов, стенка топливного контура, две стенки защитных боксов и внешняя защитная оболочка.

Рассмотренная совокупность герметизированных объемов обеспечивает как минимум четыре барьера безопасности. Это число барьеров выбрано по аналогии с принятым на современных АЭС, приведенная схема показывает, что и для жидкосолевого реактора может быть сохранен принцип множественности барьеров безопасности, который нарушен отсутствием оболочек твэлов и топливной матрицы, характерных для твердотопливных реакторов. Однако условия и проблемы удержания радионуклидов существенно отличаются от твердотопливных реакторов. В конечном счете, выбор необходимого числа барьеров должен быть определен из условия минимального риска выхода радиоактивных веществ в окружающую среду на основе анализа структурной надежности систем для конкретного проекта.

Целью работы было рассмотреть вопросы, связанные с аварийной устойчивостью ЖСР-С, и показать возможности ЖСР-С с гомогенной компоновкой активной зоны как реактора с характеристиками внутренней и пассивной безопасности, которые соответствуют требованиям, предъявляемым к реакторам 4-го поколения.

Анализ аварийных ситуаций и данные [1, 2] выявляют следующие закономерности:

вероятность аварий с относительно низким уровнем последствий для жидкосолевых реакторов выше, чем для традиционных легководных, что, в первую очередь, связано с возможностью утечки радиоактивного жидкого топлива при авариях в насосе, трубопроводах, запорной арматуре;

последствия больших аварий, в частности, приводящих к выходу радионуклидов в окружающую среду, для жидкосолевых реакторов существенно меньше, чем для легководных, вследствие как большей надежности и предсказуемости барьеров удержания радионуклидов, так меньшего числа подвижных радионуклидов в топливном расплаве и меньшей свободной энергией, которая может быть задействована для выхода опасных радионуклидов за пределы блока атомной станции.

В жидкосолевых реакторах продукты деления, которые не образуют устойчивые химичес-

кие связи с расплавом, непрерывно выводятся из активной зоны и в момент аварии их принципиально меньше, чем в твердотвэльных. Оставшиеся в расплаве продукты деления находятся в столь стабильных состояниях, что температурные изменения, характерные для аварийных режимов, не провоцируют их выход даже в случае утечки топливной соли через защитные барьеры. Таким образом, вследствие специфики в случае тяжелых аварий выход радионуклидов за пределы защитных барьеров в них принципиально меньше, чем в твердотвэльных реакторах с глубоким выгоранием топлива. Если при этом учесть меньшую запасенную энергию (температура топлива, давление, химическое взаимодействие натрия с водой или воздухом, циркония с паром и др.) и меньшее выделение энергии в переходном процессе с вводом максимально возможной реактивности, то не только риск, но и последствия самой тяжелой аварии ограничены и могут быть страхуемы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Serp J., Beneš O., Delpech S., Feynberg O. e.a.** The molten salt reactor (MSR) in generation IV: overview and perspectives. — *Progress in Nucl. Energy*, 2014, v. 77, p. 308—319.
2. **Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н. и др.** Ядерные реакторы повышенной безопасности: анализ концептуальных разработок. М.: Энергоатомиздат, 1993. 385 с.
3. **Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Загнитко А.В. и др.** Жидкосолевые реакторы: новые возможности, проблемы и решения. — *Атомная энергия*, 2012, т. 112, вып. 3, с. 157—165.
4. **Schikorr M.** Assessment of the kinetic and dynamic transient behavior of sub-critical systems (ADS) in comparison to critical reactor systems. — *Nucl. Engng Design*, 2001, v. 210, p. 95—123.
5. **Feynberg O., Ignatiev V., Maschek W. e.a.** Report on intermediate results of the IAEA CRP on studies of advanced reactor technology options for effective incineration of radioactive waste. — In: *Proc. of ICENES 2007*. Istanbul, Turkey, 3—8 June, 2007, p. 126—132.
6. **Leppanen J.** *Serpent — a Continuous Energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code*. Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2013.
7. **Haubenreich P., Engel J.** Experience with the molten-salt reactor experiment. — *Nucl. Appl. Technol.*, 1970, v. 8, № 2, p. 107—140.

Поступила в Редакцию 22.02.18